



УДК 621.313.3

**СИСТЕМА СПЕЦГАЗООЧИСТКИ ЭНЕРГБЛОКА
БН-800 БЕЛОЯРСКОЙ АТОМНОЙ СТАНЦИИ****THE SYSTEM OF ACTIVE GAS PURIFICATION OF
BELOYARSKAYA NUCLEAR POWER PLANT UNIT
BN-800**

Бибик Ирина Сергеевна, студент каф. «Тепловые электрические станции», Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина, Россия, 620002, г. Екатеринбург, ул. Мира, 19. E-mail: ira.bibik.95@mail.ru, Тел.: +7(982)657-32-97

Вальцева Александра Игоревна, преподаватель каф. «Тепловые электрические станции», Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина, Россия, 620002, г. Екатеринбург, ул. Мира, 19. E-mail: alex-liga@yandex.ru Тел.: +7(922)140-47-11

Irina S. Bibik, student, Department «Heat power station», Ural Federal University named after the first President of Russia B.N.Yeltsin, 620002, Mira street, 19, Ekaterinburg, Russia. E-mail: ira.bibik.95@mail.ru. Ph.: +7(982)657-32-97

Alexandra I. Valtseva, lecturer, Department «Heat power station», Ural Federal University named after the first President of Russia B.N.Yeltsin, 620002, Mira str., 19, Ekaterinburg, Russia. E-mail: alex-liga@yandex.ru. Ph.: +7(922)140-47-11

Аннотация: Системы спецгазоочистки АЭС являются одними из важнейших систем, влияющих на надежную, экономичную и безопасную эксплуатацию АЭС. В данной статье рассматривается новая система спецгазоочистки для четвертого энергоблока Белоярской атомной станции, анализируются основные технологические решения системы и ее преимущества.

Abstract: The primary circuit gas treatment system of nuclear power plants are one of the most important systems that affect reliable, economical and safe operation of nuclear power plants. This article discusses a new system of primary circuit gas treatment for the fourth power unit of Beloyarskaya nuclear power plant, analyzes the main technological solutions of the system and its benefits.

Ключевые слова: атомные станции; спецгазоочистка; газоаэрозольные фильтры; газообразные среды; технологические сдвиги; газообразные продукты деления; радиационный контроль; ядерный топливный цикл; МОКС-топливо.

Key words: nuclear power plants; active gas purification; gas and aerosol filters; gaseous medium; process vent; gaseous nuclear fission products; radiation monitoring; nuclear fuel cycle; mixed oxide fuel.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС

Системы спецгазоочистки атомных электрических станций (далее – АЭС) являются одними из важнейших систем, влияющих на безопасную эксплуатацию АЭС. Начиная с ввода в эксплуатацию первых блоков АЭС до настоящего времени остается актуальной проблема минимизации радиоактивных отходов, полученных в результате работы.

Любая эксплуатируемая АЭС оказывает влияние на окружающую среду. Это выбросы большого количества тепла, распространение вокруг АЭС жидких радиоактивных отходов, и газообразные радиоактивные выбросы в атмосферу. Основные компоненты газоаэрозольных выбросов – радиоактивные инертные газы, аэрозоли радиоактивных продуктов деления и активированных продуктов коррозии, летучие соединения радиоактивного йода. В общей сложности в реакторе АЭС из уранового топлива

образуются посредством деления атомов около 300 различных радионуклидов, из которых более 30 могут попасть в атмосферу. Среди них: ^{129}I , ^{14}C , ^{137}Cs , ^3H , ^{85}Kr , ^{131}I , ^{133}Xe , ^{133}I , ^{41}Ar , ^{87}Kr , ^{138}Xe , ^{16}N .

В настоящее время мировое сообщество реализует проект замыкания ядерного топливного цикла, а также освоения критических и сверхкритических параметров в атомной энергетике, которые позволят разрешить проблему топливного голода. Главные проблемы атомной энергетики – воспроизводство делящегося топлива, безопасность и связанная с ней стоимость атомных станций.

Согласно энергетической стратегии РФ на период до 2020 года развитие атомной энергетики предусматривает введение в эксплуатацию реакторов на быстрых нейтронах БН-800 и БН-1200. С пуском реакторов такого типа связаны надежды на замыкание ядерного топливного

цикла на основе сжигания оружейного плутония смешанным с ураном МОХ-топливом [2].

ГАЗООБРАЗНЫЕ ПРОДУКТЫ ДЕЛЕНИЯ

Реактор БН-800 представляет собой двухцельный реактор интегральной компоновки на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем, который предназначен для выработки тепловой энергии, с целью последующего ее преобразования в электрическую энергию в составе энергоблока, и наработки вторичного ядерного топлива.

При нормальной эксплуатации реакторной установки БН-800 максимальный выброс газовой активности в атмосферу из системы технологических сдувок возможен при сдувках из перегрузочного бокса (далее – ПБ) по окончании перегрузки сборок активной зоны. Активность ГПД в газовой полости реактора (далее – ГПР), при его работе на номинальной мощности по определяющему радионуклиду ^{133}Xe (период полураспада 5,24 сут.), составляет 1370 МБк/л [3] (объем ГПР – 38,4 м³, что соответствует пределу безопасной эксплуатации по количеству дефектных ТВЭЛ с газовой неплотностью в активной зоне (0,1% от полного количества ТВЭЛ). На остановленном реакторе, перед началом перегрузки, удельная активность ^{133}Xe в ГПР вследствие увеличения объема до 88,2 м³ (из-за снижения уровня натрия) составит 596 МБк/л.

Также при возникновении микротрещин в ТВЭЛах активной зоны возможны выбросы активности в атмосферу). Наличие серьезного повреждения оболочки облегчают попадание продуктов деления в теплоноситель и в окружающую среду. Результаты измерений активности ГПД в ГПР реактора БН-600 при разгерметизации ТВЭЛ с МОКС-топливом (50 микрокампаний (далее – МК), 54 МК) свидетельствуют об импульсном характере выхода активности с последующим спадом за счет радиоактивного распада и с быстрым переходом на значительно меньший стационарный выход активности. Так импульсный выход в 50 МК составил: по ^{133}Xe 240 МБк/л, по ^{135}Xe 74 МБк/л, по ^{88}Kr 3,4 МБк/л; в 54 МК импульсный выход составил: по ^{133}Xe 280 МБк/л, по ^{135}Xe 100 МБк/л, по ^{85}Kr 6,6 МБк/л, по ^{88}Kr 5,0 МБк/л, по ^{87}Kr 3,7 МБк/л и был в 15-50 раз выше активностей этих нуклидов для равновесного выхода. Поэтому распределение разгерметизаций ТВЭЛ по времени в значительной степени будет определять уровень активности ГПД в газовой полости реактора БН-800. Если дефектные ТВЭЛ в активной зоне отсутствуют, то активность ГПД в газовой полости реактора определяется поверхностным загрязнением ТВЭЛ топливом и, согласно проведенным расчетным оценкам, более чем в 100

раз ниже фоновой активности, обусловленной активационным радионуклидом ^{41}Ar (16,1 МБк/л).

Стоит учитывать активность теплоносителя первого контура и отложений на оборудовании реакторной установки (Далее – РУ). При работе реактора активность теплоносителя определяется собственными источниками. Основной компонентой собственной активности натрия является радионуклид ^{24}Na с периодом полураспада 14,96 ч, образующийся по реакции $^{23}\text{Na}(n;\gamma)^{24}\text{Na}$.

Долгоживущей активационной компонентой натрия, образующейся за счет пороговой $^{23}\text{Na}(n,2n)^{22}\text{Na}$ реакции, является радионуклид ^{22}Na с периодом полураспада 2,6 лет. Активность радионуклида ^{24}Na при работе реактора на номинальной мощности в среднестационарном состоянии составляет $1,29 \times 10^{12}$ Бк/кг. Основной вклад в активность ^{24}Na вносят ТВС активной части (3 7%), натриевая прослойка в ТВС (1 8%), торцовая зона воспроизводства и боковая зона воспроизводства (1 1 %), натриевый бассейн (1 5%). По данным эксплуатации энергоблока №3 Белоярской АЭС с РУ БН-600 фактическая активность ^{24}Na находится на уровне $8,5 \times 10^{11}$ Бк/кг.

СИСТЕМА СПЕЦГАЗООЧИСТКИ

Система технологических сдувок реакторного отделения 4КТК предназначена для отвода газообразных технологических сред от оборудования и систем РУ. Данная система обеспечивает сбор газовых сдувок от оборудования РО, последующую их очистку на аэрозольных фильтрах перед выбросом в атмосферу через вентиляционную трубу.

Элементы системы, содержащие радиоактивные среды, относятся к 3 классу безопасности, а не содержащие радиоактивные среды, к 4 классу безопасности.

По характеристикам технологических сдувок, производящие системой, их можно разделить на две категории: сдувки газа, содержащего радиоактивные вещества; сдувки неактивного газа. Рассмотрим подробно активные сдувки.

Основное оборудование включает в себя: рабочий и резервный аэрозольный фильтр; рабочая и резервная газодувка; трубопроводы; арматура; система КИП. Срок службы системы 4КТК 45 лет.

Газовые сдувки из оборудования осуществляются газодушками, на всасе которых установлены газоаэрозольные фильтры, в которых происходит очистка от аэрозолей. После очистки на фильтрах газовая смесь сбрасывается в атмосферу через

вентиляционную трубу с предварительным контролем активности перед сбросом. Активные расходы сдувок по системе 4КТК приведены в таблице 1.

Таблица 1.

Активные расходы сдувок

Наименование оборудования	Объем сдувки, м ³	Активность сдувки, Бк
Продувка газовой полости реактора	89,0	$6,1 \times 10^{14}$
Сброс из ресиверов выдержки в систему	89,0	$9,5 \times 10^{11}$
Сдувки с барабанов отработавших сборок	21,6	$6,3 \times 10^{11}$
Сдувки с барабана свежих сборок	650,0	$6,3 \times 10^{10}$
Сдувки из перегрузочного бокса	1500,0	$6,3 \times 10^{10}$
Сдувки из обмывочного бокса	1450,0	$6,3 \times 10^{10}$
Сдувки из гнезда отмылки ТВС	80,0	$1,1 \times 10^{12}$
Сдувки из шахты наклонного подъемника	1700,0	$6,3 \times 10^{10}$
Сдувки из системы отмылки оборудования	650,0	$1,2 \times 10^{10}$
Сдувки из системы вакуумирования оборудования 1 контура	500,0	$1,0 \times 10^{12}$
Сдувки с пробоотборника 1 контура	1,0	$1,0 \times 10^5$
Сдувки от лабораторий	40	$4,0 \times 10^{12}$

ПРЕИМУЩЕСТВА

Главное преимущество данной системы заключается в том, что для снижения выброса активности в атмосферу предусмотрена специальная система выдержки активного аргона, вместимость которой рассчитана на весь объем газовой системы первого контура, а эффективность более чем в 100 раз выше эффективности угольных адсорберов. Система выдержки активного аргона производит замену активного газа на чистый, перед перегрузкой сборок активной зоны. Таким образом выбросы активности в атмосферу при сдувках из ПБ будут практически отсутствовать.

При нормальном функционировании, сдувки из системы выдержки активного аргона могут осуществляться перед остановом реактора на перегрузку с целью опорожнения системы и последующей закачки активного газа в баллоны из ГПР. При этих предпосылках время выдержки активного газа в баллонах составляет не менее 110 суток.

При указанных предпосылках сдувки, будут полностью определяться долгоживущим ^{85}Kr с активностью $1,1 \times 10^{12}$ Бк, что ниже контрольного суточного выброса $1,9$ ТБк [3].

Имеется также положительный опыт эксплуатации реактора БН-600 который показывает практическое отсутствие каких-либо выбросов активности в атмосферу (менее 1% от контрольных уровней [1].

Отказы и нарушения в работе системы не приводят к превышению пределов и условий безопасной эксплуатации энергоблока АЭС.

ВЫВОД

Успешное развитие технологий быстрых реакторов представляет значительное технологическое преимущество России. Оно соответствует ее экономическим и геополитическим интересам, имеет существенный потенциал экспорта технологий и в значительной степени зависит от эффективного многостороннего и двустороннего взаимовыгодного сотрудничества России с Китаем, Индией, другими странами, включая США, и Японию. Данный технологический прогресс, появление новых и наращивание существующих мощностей сохраняют тенденцию к увеличению загрязнения окружающей среды газообразными продуктами деления [1].

Система спецгазоочистки 4КТК отвечает принципам и критериям экологической безопасности, продемонстрировав оправданность в работе РУ БН-600 третьего энергоблока Белоярской АЭС.

БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ СПИСОК

1. Асмолов В. Г. Российская ядерная энергетика сегодня и завтра // Теплоэнергетика. 2007. № 5. С. 2–6.
2. Полтараков Г. И., Водянкин Р. Е., Кузьмин А. В. Замыкание ядерного топливного цикла в преодолении мирового дефицита энергоресурсов. Ч. 1. Современные оценки энергопотребления и энергоресурсов // Известия Томского политехнического университета. 2011. Т. 319. № 4. С. 13–16.
3. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций СанПиН 2.6.1.24-03 (СПАС-03);
4. W.W. Engle, Jr. A Users Manual for ANISN. Union Carbide Corporation, K- 1693, 1967.